



УДК 621.039

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ (НА ПРИМЕРЕ ИСТОЧНИКА ЛЮТЕЦИЙ-177)

USING OF ALTERNATIVE RADIATION-SHIELDING MATERIALS AT TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIALS (ON THE EXAMPLE OF SOURCE LU-177)

Селезнев Евгений Николаевич, главный инженер исследовательской ядерной установки, АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловской обл., аспирант, каф. «Атомные станции и возобновляемые источники энергии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: evgenselez@mail.ru, Тел.: +7(34377)351-46

Козлов Андрей Владиславович, ведущий инженер-физик, АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловской обл., аспирант, каф. «Атомные станции и возобновляемые источники энергии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: t53031@mail.ru, Тел.: +7(34377)351-46

Ташлыков Олег Леонидович, кан.-т. техн. наук, доцент каф. «Атомные станции и возобновляемые источники энергии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: otashlykov@list.ru. Тел.: +7(343)375-97-37

Evgenij N. Seleznyov, Chief Engineer, JSC «Institute of Nuclear Materials» Zarechny, Sverdlovsk reg., Master student, Department «Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira street, 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: evgenselez@mail.ru. Ph.: +7(34377)351-46

Andrej V. Kozlov, Leading Engineer-Physicist, JSC «Institute of Nuclear Materials» Zarechny, Sverdlovsk reg., Master student, Department «Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira street, 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: t53031@mail.ru. Ph.: +7(34377)351-46

Oleg L. Tashlykov, Cand. Sci., Associate professor, Department «Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira str., 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: otashlykov@list.ru. Ph.: +7(343)375-97-37

Аннотация: В докладе освещен один из этапов комплекса работ по оптимизации состава однородных радиационно-защитных материалов (РЗМ) применительно к планируемым условиям облучения. Рассмотрены особенности проектирования радиационной защиты от гамма излучения радиоизотопных источников. Показана возможность использования альтернативных однородных радиационно-защитных материалов для транспортных контейнеров.

Abstract: The report highlights one of the stages of works on optimization of homogeneous radiation-shielding materials (REM) for planned exposure conditions. The features of the design of radiation protection from gamma radiation radioisotope sources are considered. The possibility of using alternative homogeneous radiation-shielding materials for transport containers is shown.

Ключевые слова: оптимизация радиационной защиты; однородный радиационно защитный материал; фотонное излучение; исследовательский ядерный реактор; радиоактивный изотоп.

Key words: radiation protection optimization; homogenous radiation protective material; photonic radiation; research nuclear reactor; radioactive isotope.

ВВЕДЕНИЕ

Зависимость поглощающей способности защитного материала от спектра γ -излучения (изотопного состава) источника определяет значительный потенциал в реализации принципа оптимизации радиационной защиты путем подбора состава поглотителей, обеспечивающих необходимую кратность ослабления излучения для конкретных ситуаций облучения, при минимальных затратах [1]. В результате проводимых с 2011 года специалистами Уральского федерального университета и АО «Институт реакторных материалов» расчетно-экспериментальных работ по исследованию свойств гомогенных радиационно-защитных материалов был разработан алгоритм проектирования их состава при реализации принципа оптимизации радиационной защиты применительно к ситуации планируемого облучения [2], [3]. Необходимым условием создания защиты с заданными поглощающими свойствами является возможность изготовления материала с равномерным распределением материала поглотителя (барита, свинца, вольфрама и т.д.) с требуемой концентрацией. Этим требованиям удовлетворяет гомогенный радиационно-защитный материал (РЗМ) Абрис, разработанный специалистами ООО «Завод герметизирующих материалов» [4].

В докладе, основываясь на ранее полученных результатах исследований [5], проведена оценка возможности использования различных составов гомогенных РЗМ в качестве защиты при транспортировке радиоактивного изотопа лютеций-177. Для определения коэффициентов ослабления мощности дозы γ -излучения различными вариантами защитного материала использовались высокопрецизионные расчетные коды, реализующие метод Монте Карло расчета переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов с непрерывной энергией в обобщенной геометрии и с зависимостью от времени.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РАДИОИЗОТОПА ЛЮТЕЦИЙ-177 В МЕДИЦИНЕ

Пептидорцепторная радиотерапия - один из видов лучевой терапии. Технология заключается в адресной доставке радиофармпрепарата к месту злокачественной опухоли. При лечении нейроэндокринных опухолей с метастазами пептидорцепторная терапия обеспечивает хорошие клинические и радиобиологические результаты с минимальными побочными эффектами. Схожие по структуре с соматостатином пептиды меченые радиоизотопами позволяют высоко избирательно воздействовать на клетки опухоли. Основное преимущество ^{177}Lu в сравнении с ранее

используемыми радионуклидами связано со значительно меньшим токсическим воздействием на почки и костный мозг. При распаде ^{177}Lu наряду с β -излучением испускаются γ -кванты с энергиями 113 кэВ и 208 кэВ, что обеспечивает возможность визуализации биологического распределения радионуклида и позволяет осуществлять корректный расчёт доз облучения органов и тканей. Относительно низкая энергия β -излучения и, соответственно, невысокая проникающая способность в мягких тканях обеспечивают преимущества ^{177}Lu в терапии опухолей небольшого размера. Лютеций обладает сильным эффектом разрушения раковых клеток, но радиус действия его излучения составляет около 2 мм. Поэтому цикл лечения состоит из четырёх этапов с промежутком 8-10 недель. В некоторых случаях после лечения наступает полное выздоровление, либо оно используется для снятия клинических проявлений рака.

Всего существует два способа получения ^{177}Lu – активационный и радиохимический. Активационный способ заключается в непосредственном облучении мишени тепловыми нейтронами. При этом происходит захват нейтрона ядром ^{176}Lu с последующим образованием ^{177}Lu . Данный способ наработки ^{177}Lu сравнительно прост, но процесс сопровождается побочной реакцией образования примесного изомера $^{177\text{m}}\text{Lu}$ из ядра ^{176}Lu .

Радиохимический метод заключается в облучении мишени ^{176}Yb . В результате реакции захвата нейтрона ядром ^{176}Yb образуется ^{177}Yb , который с периодом полураспада $T_{1/2}=1,91$ часа переходит в ^{177}Lu . Сложность данного способа заключается в дальнейшем разделении Yb и Lu, поскольку их химические свойства практически одинаковы. Однако при его реализации удается получать ^{177}Lu высокой радиохимической чистоты.

В последнее время лютеций всё шире используется в пептидорцепторной радиотерапии в США и Европе. Тем не менее, его использование до сих пор ограничено рамками клинических испытаний, которые вступают на данный момент в завершающую стадию. В России пока налажены поставки за рубеж сырьевого материала для радиофармпрепаратов. Однако в 2018 году планируется наладить собственное производство радиофармпрепаратов на основе лютеция.

ТРЕБОВАНИЯ, ПРЕДЪЯВЛЯЕМЫЕ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ПРИМЕРЕ ЛЮТЕЦИЯ-177

В АО «ИРМ» для перевозки облученного лютеция используется контейнер типа КТ-15, который представляет свинцовый цилиндр диаметром 63 мм и высотой 105 мм с полостью для установки источника радиоактивного излучения (рис.1, 2)



Рис. 1 Контейнер КТ-15

Полость выполнена в виде цилиндра диаметром 31 мм и высотой 75 мм. Таким образом, толщина свинцовой защиты контейнера КТ-15 составляет сбоку – 16 мм, с торцов – 15 мм

После размещения источника в контейнере сам контейнер упаковывается в страховочную ёмкость, выполненную из тонкой листовой стали (жест) в виде цилиндра диаметром 99 мм и высотой 123 мм.

Затем страховочная ёмкость упаковывается в картонную коробку. Данный комплекс упаковок радиоактивного материала представляет собой транспортный упаковочный комплект (ТУК).

Доставка заказчику облученного лютеция осуществляется воздушным транспортом. Перевозка облученного лютеция осуществляется в соответствии с документом НП-053-04 «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов». В данном документе четко определены требования к упаковке и радиационной обстановке, создаваемой перевозимым материалом. Перед перевозкой ТУК обязательно должен быть отнесен к одной из категорий упаковок. По НП-053-04 их всего четыре:

- первая белая (I белая);
- вторая желтая (II желтая);
- третья желтая (III желтая);
- третья желтая на условиях исключительного пользования (III желтая).

Для того чтобы отнести ТУК к одной из категорий необходимо произвести измерение мощности дозы (единица измерения – мЗв/ч) на всех поверхностях ТУКа и определить транспортный индекс. Для определения транспортного индекса необходимо произвести измерения мощности дозы (в мЗв/ч) от всех поверхностей ТУКа на расстоянии 1 м, после чего максимальная мощность дозы умножается на сто. Полученное значение является транспортным индексом (ТИ). Кроме представленного категорирования упаковка радиоактивных материалов так же должна быть



Рис. 2. Упаковка источника в контейнер

отнесена к одному из типов (по НП-053-04). Критерием при определении типа упаковки является материальный состав радиоактивного вещества и его активность.

В настоящее время в АО «ИРМ» для доставки заказчику облученного лютеция-177 с активностью 1 ТБк используется транспортный упаковочный комплект (ТУК), в состав которого входит свинцовый контейнер КТ-15, обеспечивающий защиту от ионизирующего излучения. ТУК, используемый для данных целей, имеет III желтую транспортную категорию и тип «А». Это означает, что максимальная мощность дозы, создаваемая перевозимым радиоактивным материалом, на поверхности упаковки не должна превышать 2 мЗв/ч, а транспортный индекс (ТИ), который определяется как произведение максимальной мощности дозы на метре от упаковки (в мЗв/ч) на сто, не должен превышать десяти. Данные требования устанавливают НП-053-04 «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов».

Кроме того по ГОСТ 16327-88 «Комплекты упаковочные транспортные для радиоактивных веществ. Общие технические условия» к упаковке типа «А» предъявляются следующие требования:

- минимальный линейный размер – 100 мм;
- максимальный линейный размер – 2000 мм;
- максимальная масса укомплектованного ТУКа – 5000 кг.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Исходя из представленных требований по массе упаковки типа «А» и свойств рассмотренных материалов (табл.1), для каждого из них были определены толщины защитного слоя: максимальные, при которых соблюдается ограничение по массе ТУКа (5000 кг), и минимальные, при которых соблюдаются требования по значениям мощности дозы на поверхности ТУКа и ТИ. На рис. 3-5 в качестве примеров приведены результаты расчетов мощности дозы на поверхности ТУКа и ТИ.

Таблица 1

Максимальная и минимальная толщины слоя защитных материалов

Наименование материала	Наполнитель	Массовое содержание наполнителя, %	Максимальная толщина защитного слоя d, см	Минимальная толщина защитного слоя d, см
Абрис РЗнк-01	Барит (BaSO_4)	25	74	37
		50	70	28
		75	68	24
Абрис РЗнк-02	Свинец (Pb)	20	73	22
		50	66	12
		80	58	7
Абрис РЗнк-03	Вольфрам (W)	80	57	6

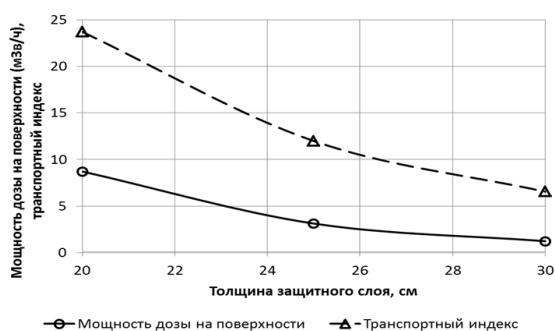


Рис. 3. РЗМ с баритовым наполнителем (50%)

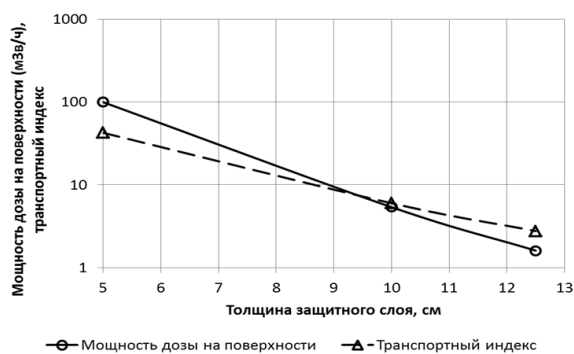


Рис. 4. РЗМ со свинцовым наполнителем (50%)

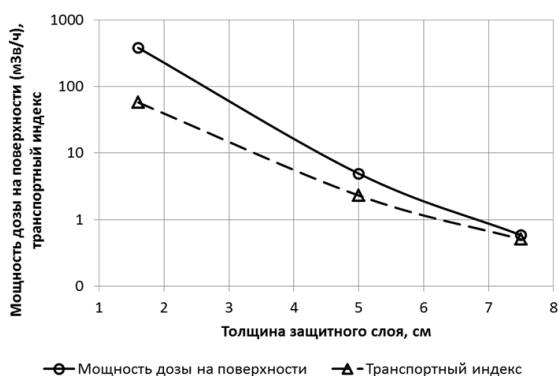


Рис. 5. РЗМ с вольфрамовым наполнителем (80%)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Как показывают проведенные исследования, в ТУКах, для перевозки лютеция-177 могут использоваться более дешевые альтернативные гомогенные РЗМ. Для выбора конкретного варианта защиты, используя данные по стоимости РЗМ с различными наполнителями [2] необходимо использовать методику ALARA.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Ташлыков О.Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация / О.Л.Ташлыков: монография. Saarbrücken, Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG. 2011. – 232 с.
2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В. Оптимизация состава радиационной защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2015. № 4. С. 36-42.
3. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Расчетно-экспериментальное исследование гомогенных защит от гамма-излучения // Ядерная и радиационная безопасность. №3. 2015. С.17-24.
4. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55.
5. Russkikh I. M., Seleznev E. N., Tashlykov O. L., Shcheklein S. E. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition // Physics of Atomic Nuclei, 2015, Vol. 78, No. 12, pp. 1451-1456